

Arbeitsgruppe Reaktorbetrieb  
KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH  
des Landes Nordrhein-Westfalen

ABSCHIRMUNGSBERECHNUNG  
FÜR DEN  
FORSCHUNGSREAKTOR MERLIN

von

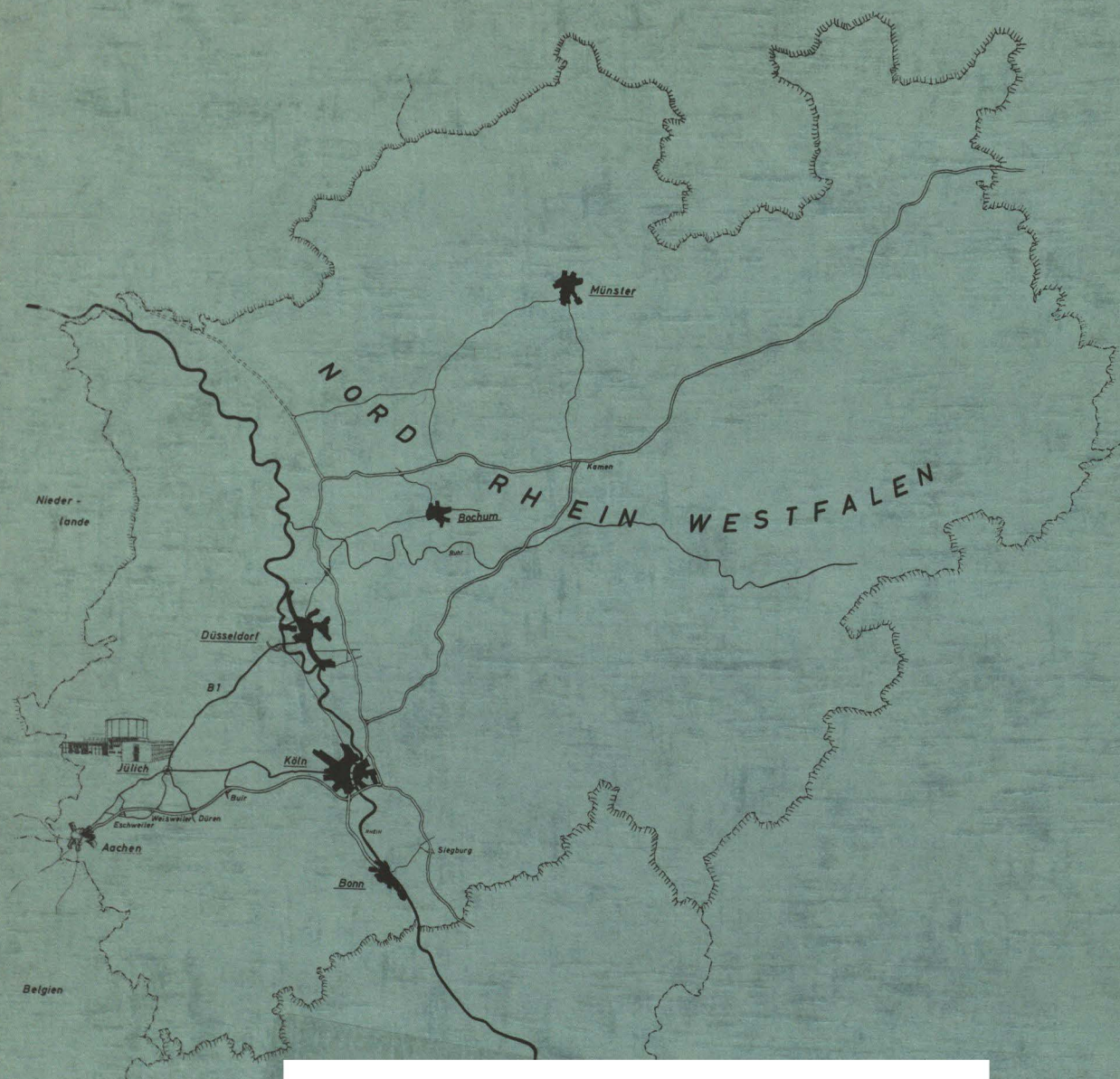
O. Schaffer

Jül - 67 - RE

September 1962

Als Manuskript gedruckt





**Berichte der Kernforschungsanlage Jülich – Nr. 67**

**Arbeitsgruppe Reaktorbetrieb Jülich – 67 – RE**

Dok.: SHIELDING CALCULATION – RESEARCH REACTOR

DK 621.039.572 : 621.039.538.001.24

Zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich,  
Jülich, Bundesrepublik Deutschland

ABSCHIRMUNGSBERECHNUNG  
FÜR DEN  
FORSCHUNGSREAKTOR MERLIN

von

O. Schaffer

# I N H A L T S V E R Z E I C H N I S

	<u>Seite</u>
1. Dimensionierung des Reaktors	3
2. Bestimmung des makroskopischen Beseitigungs- Querschnitts $\Sigma_R$ für Beton	4
3. Schneller und thermischer Neutronenfluß	9
4. Gamma-Strahlung	14
5. Zusammenfassung	18
Literatur	19

Bestimmung der Dosisleistung in radialer Richtung für den intakten bulk-shield bei maximal 5 MW Reaktorleistung.

1. Dimensionierung des Reaktors

(AEG-Sicherheitsbericht, 2. Ausgabe vom 1.5.1959, S. 40-53)

Kernabmessungen für 49 Brennstoffelemente	Kerntiefe: 55,25 cm Kernbreite: 54,93 cm
Aluminiumtank:	167,6 cm Innendurchmesser 0,95 cm Wandstärke
Zwischenraum Al-Tank-Therm. Abschirmung:	2,5 cm
Thermische Abschirmung	
Aluminium:	1,27 cm
Blei:	10,20 cm
Aluminium:	1,27 cm
Zwischenraum therm. Abschirmung - Stahlmantel:	1,59 cm
Stahlmantel:	1,27 cm
Biologische Abschirmung:	177 cm
Außenverkleidung:	2,5 cm Stahlplatten.

Infolge des rechteckigen Kernquerschnittes variiert die Länge der von der Tank-Innenfläche auf eine zugewandte Kernfläche gefällten Lote. Im ungünstigsten Falle ergibt sich für eine Schmalseite des Reaktorkerns die Länge der kürzesten Flächenlote zu 51,56 cm, während die des größten Lotes 56,18 cm beträgt. Um sicher zu gehen, wurde daher durchweg mit einer Wasserschichtdicke von 51,56 cm gerechnet.

Für die einzelnen abschirmenden Medien ergeben sich somit folgende Schichtdicken:

Wasser (H <sub>2</sub> O):	51,56 cm (ungünstigster Fall)
Aluminium:	2,22 cm = 0,95 cm + 1,27 cm
Blei:	10,20 cm
Aluminium:	1,27 cm
Stahl:	1,27 cm
Beton:	177,00 cm
Stahl:	2,50 cm.

## 2. Bestimmung des makroskopischen Beseitigungs-Querschnitts $\Sigma_R$ für Beton

Der Massen-Beseitigungs-Querschnitt  $\frac{\Sigma_R}{\rho}$  einer chemischen Verbindung (Molekül:  $B_m C_n$ ) ist gegeben durch:

$$\frac{\Sigma_R}{\rho} = \frac{N_L}{mA_B + nA_C} (m\sigma_{R_B} + n\sigma_{R_C}) \quad (1)$$

mit

$$\begin{aligned} \rho &= \text{Dichte des Stoffes in g cm}^{-3} \\ N_L &= 6,023 \cdot 10^{23} \text{ mol}^{-1} \text{ (Loschmidt'sche Zahl)} \\ A &= \text{Atomgewicht in g} \\ \sigma_R &= \text{mikroskopischer Beseitigungs-Querschnitt in cm}^2 \end{aligned}$$

Für ein chemisches Element gilt:

$$\sigma_R = \frac{\Sigma_R}{\rho} \frac{A}{N_L} \quad (2)$$

Einsetzen von (2) in (1) ergibt:

$$\frac{\Sigma_R}{\rho} = \frac{m \left( \frac{\Sigma_R}{\rho} \right)_B A_B + n \left( \frac{\Sigma_R}{\rho} \right)_C A_C}{m \cdot A_B + n A_C} \quad (3)$$

(vgl. Anhang zum "Sicherheitsgutachten zum Zwecke der Erteilung der Baubefreiung für den Materialprüfreaktor DIDO TÜV Köln e.V., S. 8). Tabelle 1 enthält für eine Reihe von Elementen Atomgewicht und Massen-Beseitigungs-Querschnitt  $\Sigma_R/\rho$  (vgl. Nuclear Engineering Handbook by Etherington, 7-112, Tab. 22).



Tabelle 1

Atomgewicht und Massen-Beseitigungs-Querschnitt  
für verschiedene Elemente

Element	Atomgewicht A	Massen-Beseitigungs-Querschnitt $\Sigma_R/\rho$ cm <sup>2</sup> g <sup>-1</sup>
H	1,0	0,602
C	12,01	0,050
O	16,00	0,041
Mg	24,32	0,032
Al	26,97	0,0301
Si	28,06	0,0295
P*	30,98	0,027
S	32,07	0,0275
Ca	40,08	0,024
Mn	54,93	0,0202
Fe	55,85	0,0200

Mit Hilfe der bekannten Massen-Beseitigungs-Querschnitte für die in Tab. 1 angegebenen Elemente lassen sich die  $\Sigma_R/\rho$  -Werte für die im Beton befindlichen Komponenten nach (3) berechnen. Man hat:

$$\text{SiO}_2: \quad \frac{\Sigma_R}{\rho} = \frac{0,0295 \cdot 28,06 + 2 \cdot 0,041 \cdot 16,00}{28,06 + 2 \cdot 16,00} = 0,0356$$

$$\text{Al}_2\text{O}_3: \quad \frac{\Sigma_R}{\rho} = \frac{2 \cdot 0,0301 \cdot 26,97 + 3 \cdot 0,041 \cdot 16,00}{2 \cdot 26,97 + 3 \cdot 16,00} = 0,0352$$

$$\text{FeO}: \quad \frac{\Sigma_R}{\rho} = \frac{0,0200 \cdot 55,85 + 0,041 \cdot 16,00}{55,85 + 16,00} = 0,0246$$

$$\text{MnO}: \quad \frac{\Sigma_R}{\rho} = \frac{0,0202 \cdot 54,93 + 0,041 \cdot 16,00}{54,93 + 16,00} = 0,0249$$

---

\* Der Wert von  $\Sigma_R/\rho$  für Phosphor wurde nach der Näherungsformel  $\Sigma_R/\rho = 0,085 A^{-1/3}$  berechnet (vgl. Reactor Shielding, Design Manual by Th. Rockwell III, S. 7 und S. 464)

$$\begin{aligned}\text{CaO:} \quad \frac{\Sigma_R}{\rho} &= \frac{0,024 \cdot 40,08 + 0,041 \cdot 16,00}{40,08 + 16,00} = 0,0288 \\ \text{MgO:} \quad \frac{\Sigma_R}{\rho} &= \frac{0,032 \cdot 24,32 + 0,041 \cdot 16,00}{24,32 + 16,00} = 0,0355 \\ \text{CaSO}_4: \quad \frac{\Sigma_R}{\rho} &= \frac{0,024 \cdot 40,08 + 0,0275 \cdot 32,07 + 4 \cdot 0,041 \cdot 16,00}{40,08 + 32,07 + 4 \cdot 16,00} \\ &= 0,0328 \\ \text{CaS:} \quad \frac{\Sigma_R}{\rho} &= \frac{0,024 \cdot 40,08 + 0,0275 \cdot 32,07}{40,08 + 32,07} = 0,0255 \\ \text{Fe}_2\text{O}_3: \quad \frac{\Sigma_R}{\rho} &= \frac{2 \cdot 0,0200 \cdot 55,85 + 3 \cdot 0,041 \cdot 16,00}{2 \cdot 55,85 + 3 \cdot 16,00} = 0,0263 \\ \text{Fe}_3\text{O}_4: \quad \frac{\Sigma_R}{\rho} &= \frac{3 \cdot 0,0200 \cdot 55,85 + 4 \cdot 0,041 \cdot 16,00}{3 \cdot 55,85 + 4 \cdot 16,00} = 0,0258 \\ \text{H}_2\text{O:} \quad \frac{\Sigma_R}{\rho} &= \frac{2 \cdot 0,602 \cdot 1,0 + 0,041 \cdot 16,00}{2 \cdot 1,0 + 16,00} = 0,1033\end{aligned}$$

Tabelle 2 enthält die genaue Betonzusammensetzung, wie sie aus dem AEG-Sicherheitsbericht, 2. Ausgabe vom 1. 5. 1959, S. 50 bis 52 ersichtlich ist und die makroskopischen Beseitigungs-Querschnitte  $\Sigma_R$  für jede einzelne Komponente, die sich durch Multiplikation von  $\Sigma_R/\rho$  mit dem entsprechenden Dichteanteil ergeben.



Tabelle 2

Betonzusammensetzung und makroskopische  
Beseitigungs-Querschnitte  $\Sigma_R$

a) Hochofenzement Z 275, Dichteanteil:  $0,300 \text{ gcm}^{-3}$

Komp.	Gew.-%	Dichteanteil ( $\text{gcm}^{-3}$ )	Massen-Beseiti- gungsquerschn. ( $\text{cm}^2\text{g}^{-1}$ )	Beseitigungs- querschnitt ( $\text{cm}^{-1}$ )
$\text{SiO}_2$	29,0	0,0870	0,0356	0,00309
$\text{Al}_2\text{O}_3$	11,5	0,0345	0,0352	0,00121
$\text{FeO}$	1,1	0,0033	0,0246	0,00008
$\text{MnO}$	0,5	0,0015	0,0249	0,000037
$\text{CaO}$	47,5	0,1425	0,0288	0,0041
$\text{MgO}$	3,6	0,0108	0,0355	0,000383
$\text{CaSO}_4$	4,0	0,0120	0,0328	0,000393
$\text{CaS}$	2,5	0,0075	0,0255	0,000191
Glühverl.	0,3	0,0009		
	100,0	0,3000		0,009484

$$\Sigma_R (\text{Hochofenzement}) = 0,0094 \text{ cm}^{-1}$$

b) Brasilianischer Roteisenstein, Dichteanteil:  $2,65 \text{ gcm}^{-3}$

Fe- Oxyde	98,16	2,601240	0,0258	0,0671
P	0,03	0,000795	0,027	0,0000214
$\text{SiO}_2$	0,40	0,01060	0,0356	0,000377
$\text{Al}_2\text{O}_3$	0,30	0,00795	0,0352	0,00028
$\text{CaO}$	0,05	0,001325	0,0288	0,0000381
$\text{MgO}$	0,04	0,001060	0,0355	0,0000376
S	0,02	0,000530	0,0275	0,0000145
$\text{H}_2\text{O}$	1,00	0,02650	0,1033	0,00273
	100,00	2,650000		0,0705986

$$\Sigma_R (\text{Brasilianischer Roteisenstein}) = 0,0705 \text{ cm}^{-1}$$

c) Magnetit-Konzentrat, Dichteanteil:  $0,270 \text{ gcm}^{-3}$

Komp.	Gew.-%	Dichteanteil ( $\text{g cm}^{-3}$ )	Massen-Beseiti- gungsquerschn. ( $\text{cm}^2 \text{ g}^{-1}$ )	Beseitigungs- querschnitt ( $\text{cm}^{-1}$ )
Fe- Oxyde	91,705	0,24760350	0,0258	0,006375
P	0,025	0,0000675	0,0270	0,00000182
Mn	0,070	0,000189	0,0202	0,00000382
SiO <sub>2</sub>	4,5	0,01215	0,0356	0,0004325
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1,100	0,00297	0,0352	0,0001045
CaO	1,200	0,00324	0,0288	0,0000933
MgO	0,800	0,00216	0,0355	0,0000766
S	0,600	0,00162	0,0275	0,0000445
	100,000	0,27000000		0,00713204

$$\Sigma_R (\text{Magnetit-Konzentrat}) = 0,0071 \text{ cm}^{-1}$$

d) Nagelspitzenschrott, Dichteanteil:  $0,960 \text{ gcm}^{-3}$

C	0,08	0,000768	0,050	0,0000384
Mn	0,3	0,00288	0,0202	0,0000581
S	0,0	0,000000	0,0275	0,0000000
P	0,0	0,000000	0,0270	0,0000000
Fe	99,62	0,956352	0,0200	0,01912704
	100,0	0,960000		0,01922354

$$\Sigma_R (\text{Nagelspitzenschrott}) = 0,0192 \text{ cm}^{-1}$$

Der Zement enthält zusätzlich noch einen Wasseranteil von  $0,170 \text{ gcm}^{-3}$ . Nach Angaben der Hochtief AG Köln verliert

der fertige Beton beim Erhitzen auf  $110^{\circ}\text{C}$  3,03 % seines Herstellungsgewichtes, d.h. es verbleiben demnach noch 0,0381 g Wasser im  $\text{cm}^3$  in gebundenem Zustand. Der makroskopische Beseitigungs-Querschnitt für diesen Wasseranteil ergibt sich somit zu

$$\Sigma_{\text{R(Wasser)}} = 0,1033 \cdot 0,0381 = 0,0039 \text{ cm}^{-1}$$

Der gesamte Beseitigungs-Querschnitt des Betons setzt sich aus den Anteilen sämtlicher Komponenten additiv zusammen, d.h. es ist:

$$\begin{aligned}\Sigma_{\text{R(Beton)}} &= \Sigma_{\text{R(Zement)}} + \Sigma_{\text{R(Roteisenstein)}} + \Sigma_{\text{R(Magnetit)}} \\ &\quad + \Sigma_{\text{R(Nagelspitzenschrott)}} + \Sigma_{\text{R(Wasser)}} \\ &= 0,0094 + 0,0705 + 0,0071 + 0,0192 + 0,0039 \\ &= 0,1101 \text{ cm}^{-1}\end{aligned}$$

Da die Hersteller für eine Dichte von mindestens  $4,2 \text{ gcm}^{-3}$  garantieren, muß der oben angegebene Wert für  $\Sigma_{\text{R(Beton)}}$  auf die Minstdichte von  $4,2 \text{ gcm}^{-3}$  umgerechnet werden. Man erhält dann als Mindestwert unter ungünstigsten Voraussetzungen

$$\Sigma_{\text{R(Beton)}} = 0,1096 \text{ cm}^{-1}.$$

### 3. Schneller und thermischer Neutronenfluß

Meßergebnisse bezüglich der Gewebe-Dosisleistung für schnelle Neutronen und des thermischen Neutronenflusses in Wasser bezogen auf 1 Watt Reaktorleistung sind in ANL-5800, S. 463, Fig. 7 - 10, enthalten. Aus der für 5 MW berechneten Gewebe-Dosisleistung GDL in  $\text{erg h}^{-1}$  läßt sich der schnelle Neutronenfluß in  $\text{cm}^{-2}\text{sec}^{-1}$  ermitteln. Für 10 Mev-Neutronen ( $\text{RBE} = 10$ ) ergibt sich folgender Umrechnungsfaktor:



$$1 \text{ erg g}^{-1}\text{h}^{-1} \cong 10^{-2} \text{ rad h}^{-1} \cong 10^2 \text{ mrem h}^{-1}$$

$$\cong 0,77 \cdot 10^3 \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$$

(vgl. Principles of Nuclear Reactor Engineering by S. Glasstone, S. 548, Tab. 9.3 u. S. 551 sowie ANL-5800, S. 466, Tab. 7-8).

Sämtliche Meßergebnisse hinsichtlich der Gewebe-Dosisleistung sowie die mit Hilfe des obigen Umrechnungsfaktors ermittelten schnellen Flüsse sind in Tab. 3 enthalten. Eine entsprechende Zusammenstellung für die thermische Flußverteilung zeigt Tab. 4.

Tabelle 3

Gewebe-Dosisleistung GDL für schnelle Neutronen

(entnommen aus ANL-5800, S. 463, Fig. 7-10);  
schneller Fluß  $\Phi_s$  (errechnet aus den GDL-Werten  
für 10 MeV-Neutronen mit RBE = 10)

Wasser- schicht- dicke (cm)	GDL(erg g <sup>-1</sup> h <sup>-1</sup> W <sup>-1</sup> )	GDL(erg g <sup>-1</sup> h <sup>-1</sup> ) für 5 MW	$\Phi_s$ (cm <sup>-2</sup> sec <sup>-1</sup> ) für 5 MW
0,00	1,6 · 10 <sup>3</sup>	8,00 · 10 <sup>9</sup>	6,16 · 10 <sup>12</sup>
10,00	4,5 · 10 <sup>2</sup>	2,25 · 10 <sup>9</sup>	1,73 · 10 <sup>12</sup>
20,00	7,0 · 10 <sup>1</sup>	3,50 · 10 <sup>8</sup>	2,70 · 10 <sup>11</sup>
30,00	1,3 · 10 <sup>1</sup>	6,50 · 10 <sup>7</sup>	5,01 · 10 <sup>10</sup>
40,00	2,8	1,40 · 10 <sup>7</sup>	1,08 · 10 <sup>10</sup>
50,00	5,5 · 10 <sup>-1</sup>	2,75 · 10 <sup>6</sup>	2,12 · 10 <sup>9</sup>
51,56			1,77 · 10 <sup>9</sup>
60,00	1,7 · 10 <sup>-1</sup>	8,50 · 10 <sup>5</sup>	6,55 · 10 <sup>8</sup>

Tabelle 4  
Thermischer Fluß  $\Phi_{th}$

(entnommen aus ANL-5800, S.463, Fig. 7-10)

Wasserschichtdicke (cm)	$\Phi_{th} [\text{cm}^{-2} \text{sec}^{-1} \text{W}^{-1}]$	$\Phi_{th} [\text{cm}^{-2} \text{sec}^{-1}]$ für 5 MW
0,00	$1,2 \cdot 10^7$	$6,00 \cdot 10^{13}$
10,00	$5,5 \cdot 10^6$	$2,75 \cdot 10^{13}$
20,00	$5,0 \cdot 10^5$	$2,50 \cdot 10^{12}$
30,00	$6,5 \cdot 10^4$	$3,25 \cdot 10^{11}$
40,00	$1,2 \cdot 10^4$	$6,00 \cdot 10^{10}$
50,00	$2,5 \cdot 10^3$	$1,25 \cdot 10^{10}$
51,56		
60,00	$5,5 \cdot 10^2$	$2,75 \cdot 10^9$

Die weitere Berechnung des schnellen Flusses erfolgte nach der pessimistischen Formel

$$\Phi_s = \Phi_s(o) e^{-\Sigma_R x}, \quad (4)$$

wobei x die jeweilige Schichtdicke des abschirmenden Mediums darstellt. Tabelle 5 enthält neben den zur Berechnung erforderlichen Größen sämtliche an den Außenflächen der abschirmenden Medien nach (4) berechneten schnellen Neutronenflüsse.

Tabelle 5

Schneller Neutronenfluß

Medium	Schichtdicke [cm]	$\Sigma_R$ [cm <sup>-1</sup> ]	$\Phi_s$ [cm <sup>-2</sup> sec <sup>-1</sup> ]
H <sub>2</sub> O	51,56		1,77 · 10 <sup>9</sup>
Al	2,22	0,079 (ANL-5800, S. 465)	1,49 · 10 <sup>9</sup>
Pb	10,2	0,116 (ANL-5800, S. 465)	4,57 · 10 <sup>8</sup>
Al	1,27	0,079 (ANL-5800, S. 465)	4,15 · 10 <sup>8</sup>
Stahl	1,27	0,168 (ANL-5800, S. 465)	3,37 · 10 <sup>8</sup>
Beton	177	0,1096	1,29
Stahl	2,5	0,168	0,85

An der Außenseite beträgt der schnelle Fluß maximal 0,85 cm<sup>-2</sup>sec<sup>-1</sup>. Dem entspricht eine Dosisleistung von

$$0,213 \text{ mrem/h} \quad \text{Umrechnungsfaktor} \quad 0,25 \frac{\text{mrem/h}}{\text{n/cm}^2\text{sec}}$$

für 10 Mev-Neutronen. Dieser Wert ist jedoch sicher zu groß, da sehr pessimistische Annahmen bei der Bestimmung von  $\Sigma_R$  für den Beton gemacht wurden. Die Spitzentemperatur im Bleischild beträgt bei voller Reaktorleistung 75° C (vgl. AEG-Sicherheitsbericht, 2. Ausgabe vom 1. 5. 1959, S. 49). Der Wassergehalt des Betons wurde jedoch für 110° C angegeben. Andererseits ist zu berücksichtigen, daß über die Energieverteilung der schnellen Neutronen an der Beton-Außenfläche nichts bekannt ist und der somit benutzte Umrechnungsfaktor für 10 Mev-Neutronen sicher gleichfalls zu hoch liegt.

Die Berechnung der thermischen Flußverteilung erfolgte nach einer Formel von Grotenhuis und Butler (ANL-5544, EBWR-Shield-Design, August 1956, S. 18), wonach der ursprünglich vorhandene thermische Fluß durch das Abbremsen schneller Neutronen



erhöht wird.

Der thermische Gesamtfluß ist mit guter Näherung darstellbar durch

$$\Phi_{th}(x) = \left[ \Phi_{th}(0) - \frac{\Sigma_R \Phi_s(0)}{D_{th}(K_{th}^2 - \Sigma_R^2)} \right] e^{-K_{th}x} + \frac{\Sigma_R \Phi_s(0)}{D_{th}(K_{th}^2 - \Sigma_R^2)} e^{-\Sigma_R x} \quad (5)$$

wobei  $K_{th}$  die reziproke Diffusionslänge für thermische Neutronen und  $D_{th}$  die thermische Neutronen-Diffusionskonstante bedeutet.  $\Phi_s(0)$  ist der schnelle Fluß an der Stelle  $x = 0$ . Entsprechendes gilt für  $\Phi_{th}(0)$ .

Um nach obiger Formel (5) den thermischen Neutronenfluß an der Außenfläche eines abschirmenden Mediums der Schichtdicke  $x$  zu berechnen, benötigt man die Konstanten  $K_{th}$  und  $D_{th}$ , die für Blei und Stahl aus ANL-5544, S. 22, Tab. III ersichtlich sind. Für Aluminium mußten diese Werte aus  $\lambda_t$  und  $\Sigma_a$  berechnet werden (vgl. Nuclear Engineering Handbook by Etherington, 1 - 24, Tab. 27). Es gilt

$$D_{th} = \frac{\lambda_t}{3} ; \quad K_{th} = \sqrt{\frac{\Sigma_a}{D_{th}}}$$

$\lambda_t$  bedeutet die mittlere freie Transport-Weglänge und  $\Sigma_a$  den makroskopischen Absorptions-Querschnitt für thermische Neutronen. Für die biologische Abschirmung wurden die Konstanten  $K_{th}$  und  $D_{th}$  aus ANL-5800, S. 477, Tab. 7 - 18 (MSl-b-Beton) entnommen. Dieser Beton (Magnetite and Steel-Punchings) gleicht in seinem neutronen-physikalischen Verhalten etwa dem des MERLIN.

Tabelle 6 gibt eine Übersicht über die thermische Flußverteilung. An der Außenseite der Betonabschirmung ergibt sich ein Fluß von  $1,68 \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ . Dem entspricht eine Dosisleistung von

$$0,006 \text{ mrem/h} \quad \text{Umrechnungsfaktor} \quad 0,00375 \frac{\text{mrem/h}}{\text{n/cm}^2 \text{sec}}$$

wobei der Umrechnungsfaktor für 0,025 ev-Neutronen benutzt wurde.

Tabelle 6

Thermischer Neutronenfluß

Medium	Schicht- dicke [cm]	$K_{th}[cm^{-1}]$	$D_{th}[cm]$	$\Phi_s(o)[cm^{-2}sec^{-1}]$	$\Phi_{th}(x)[cm^{-2}sec^{-1}]$
H <sub>2</sub> O	51,56				$9,87 \cdot 10^9$
Al	2,22	0,055 (Nuclear Engi- neering Hand- book, 1-24, Tab. 27)	4,07	$1,77 \cdot 10^9$	$9,21 \cdot 10^9$
Pb	10,2	0,08346 (ANL-5544, S.22, Tab. III)	0,9213	$1,49 \cdot 10^9$	$7,42 \cdot 10^9$
Al	1,27	0,055 (Nuclear Engi- neering Hand- book, 1-24, Tab. 27)	4,07	$4,57 \cdot 10^8$	$7,01 \cdot 10^9$
Stahl	1,27	0,6210 (ANL-5544, S.22, Tab. III)	0,3604	$4,15 \cdot 10^8$	$3,38 \cdot 10^9$
Beton	177	0,436 (ANL-5800, S.477 Tab. 7-18 MS1-b- Beton	0,472	$3,37 \cdot 10^8$	1,68

4. Gamma-Strahlung

Neben dem direkten Austritt schneller und thermischer Neutronen aus dem Beton kommt vornehmlich der sekundären  $\gamma$ -Strahlung - bedingt durch den Einfang thermischer Neutronen in der biologischen Abschirmung - eine große Bedeutung zu. Die primäre  $\gamma$ -Strahlung aus dem Kern ist dagegen fast gänzlich zu vernachlässigen.

Die Berechnung der sekundären  $\gamma$ -Strahlung erfolgte mit Hilfe eines Verfahrens von Grotenhuis und Butler (ANL-5544, S. 32) für eine exponentiell verteilte Quelle unter Berücksichtigung eines linearen Aufbau faktors. Diese Methode ist im vorliegenden Falle anwendbar, da die Annahme einer exponentiell verteilten Quelle zu pessimistischen Werten führt. Versteht man unter  $K$  jetzt die exponentielle Neigung des thermischen Flusses und unter  $\mu$  den linearen  $\gamma$ -Absorptionskoeffizienten, so hat man zwei Fälle zu unterscheiden.

$$a) \quad \nu = \frac{k}{\mu} < 1$$

$$\Phi(t) = \frac{Q_{\gamma}}{2k} \left\{ e^{kt} E_1(\mu t) - \ln(1-\nu) - E_1(\mu t (1-\nu)) + \frac{k}{k-\mu} (e^{(k-\mu)t} - 1) \right\} \text{ Mev cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$$

$$b) \quad \nu = \frac{k}{\mu} > 1$$

$$\Phi(t) = \frac{Q_{\gamma}}{2k} \left\{ e^{kt} E_1(\mu t) - \ln(\nu-1) + Ei(\mu t(\nu-1)) + \frac{k}{k-\mu} (e^{(k-\mu)t} - 1) \right\} \text{ Mev cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$$

mit

$$Q_{\gamma} = \Phi_{th}(t) \Sigma_a E \cdot n(E) = \text{Quellstärke der sekundären } \gamma\text{-Strahlen in Mev cm}^{-3} \text{ sec}^{-1}$$

$$t = \text{Betondicke} = 177 \text{ cm}$$

$$\Sigma_a = \text{thermischer Absorptions-Querschnitt} = 0,0897 \text{ cm}^{-1} \\ (\text{vgl. ANL-5800, S. 478, Tab. 7 - 19, MS1-b-Beton})$$

$$n(E) = \text{effektive Zahl der Einfang } \gamma\text{-Quanten der Energie } E, \text{ emittiert pro eingefangenes Neutron}$$

Die mittlere exponentielle Neigung des thermischen Flusses ergibt sich aus der Gleichung



$$3,38 \cdot 10^9 e^{-k \cdot 177} = 1,68$$

zu

$$k = 0,121 \text{ cm}^{-1}$$

und für die Quellstärke  $Q_\gamma$  folgt mit  $\Phi_{th}(t) = 1,68 \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$   
und  $\Sigma_a = 0,0897 \text{ cm}^{-1}$

$$Q_\gamma = 1,68 \cdot 0,0897 \cdot E \cdot n(E) = 0,1508 E \cdot n(E)$$

Ferner wurde für das entstehende  $\gamma$ -Strahlenspektrum eine Unterteilung in 2 Mev-, 4 Mev-, 6 Mev- und 8 Mev-Strahlung vorgenommen. Die Ergebnisse der Berechnung sind in Tab. 7 zusammengefaßt.

Tabelle 7

Sekundäre  $\gamma$ -Strahlung

	2 Mev	4 Mev	6 Mev	8 Mev	
$\mu[\text{cm}^{-1}]$	0,1737	0,1363	0,1152	0,1045	(ANL-5544, S.33,Tab.V)
$\nu$	0,696	0,887	1,05	1,157	
$n(E)$	0,208	0,251	0,295	0,445	(ANL-5800, S.478,Tab. 7-19,MS1-b)
$E \cdot n(E)$	0,416	1,004	1,770	3,560	
$Q_\gamma[\text{Mev cm}^{-3} \cdot \text{sec}^{-1}]$	0,0628	0,1515	0,267	0,536	
$\Phi(t)[\text{Mev cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1}]$	0,908	5,98	47,2	315	
Dosisleistung in mrem h <sup>-1</sup>	0,00147	0,00791	0,056	0,347	(ANL-5800, S.474,Tab. 7-15)

Umrechnungsfaktoren von  $\text{Mev cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$  auf  $\text{mrem h}^{-1}$  sind in ANL-5800, S. 474, Tab. 7 - 15 zu finden.

Angaben über die  $\gamma$ -Strahlungsintensitäten an der Beton-Innenseite enthält der AEG-Sicherheitsbericht vom 15. 3. 1958 auf S. 30. Diese Daten sind zusammen mit den betreffenden linearen  $\gamma$ -Absorptionskoeffizienten sowie den Strahlungsintensitäten mit den entsprechenden Dosisleistungen in Tab. 8 wiedergegeben. Für die Berechnungen wurde die pessimistische Formel

$$\Phi_{\gamma} = \Phi_{\gamma}(0) e^{-\mu t}$$

benutzt.

Tabelle 8

$\gamma$ -Strahlungsintensitäten an der Beton-Innenseite, lineare  $\gamma$ -Absorptionskoeffizienten für den Schwerbeton,  $\gamma$ -Strahlungsintensitäten und Dosisleistungen an der Beton-Außenseite

Energiebereich [Mev]	1	1,5 - 2,5	3	4 - 5	7,5
$\Phi_{\gamma}(0)$ in Mev $\text{cm}^{-2}\text{sec}^{-1}$ an der Beton- Innenseite	$2,2 \cdot 10^8$	$17,9 \cdot 10^9$	$6,6 \cdot 10^9$	$6,5 \cdot 10^9$	$9,9 \cdot 10^8$
$\mu[\text{cm}^{-1}]$	0,2731	0,1737	0,1363	0,1152	0,1045*
$\Phi_{\gamma}$ in Mev $\text{cm}^{-2}\text{sec}^{-1}$ an der Be- ton-Außens.	$2,26 \cdot 10^{-13}$	$8,05 \cdot 10^{-4}$	$2,22 \cdot 10^{-1}$	9,16	9,25
Dosislei- stung mrem $\text{h}^{-1}$ an der Beton-Außen- seite	$4,4 \cdot 10^{-16}$	$1,56 \cdot 10^{-6}$	$3,18 \cdot 10^{-4}$	$1,21 \cdot 10^{-2}$	$1,06 \cdot 10^{-2}$

\* (ANL-5544, S. 33)

## 5. Zusammenfassung

Unter sehr pessimistischen Annahmen ergeben sich an der Außenfläche der Betonabschirmung folgende Dosisleistungen:

Schnelle Neutronen (10 Mev)	0,213	mrem h <sup>-1</sup>
Therm. Neutronen (0,025 ev)	< 0,006	mrem h <sup>-1</sup>
Sek. $\gamma$ -Strahlung 8 Mev	0,347	mrem h <sup>-1</sup>
Sek. $\gamma$ -Strahlung 6 Mev	0,056	mrem h <sup>-1</sup>
Sek. $\gamma$ -Strahlung 4 Mev	< 0,008	mrem h <sup>-1</sup>
Sek. $\gamma$ -Strahlung 2 Mev	< 0,0015	mrem h <sup>-1</sup>
Prim. $\gamma$ -Strahlung 7,5 Mev	0,0106	mrem h <sup>-1</sup>
Prim. $\gamma$ -Strahlung 4-5 Mev	0,0121	mrem h <sup>-1</sup>
Prim. $\gamma$ -Strahlung 3 Mev	< 0,0004	mrem h <sup>-1</sup>
Prim. $\gamma$ -Strahlung 1,5-2,5 Mev	< 0,0001	mrem h <sup>-1</sup>
Prim. $\gamma$ -Strahlung 1 Mev	< 0,0001	mrem h <sup>-1</sup>
<hr/>		
Gesamte Dosisleistung	< 0,6548	mrem h <sup>-1</sup>

Die gesamte Dosisleistung liegt demnach unter 0,66 mrem h<sup>-1</sup>. Da die zulässige Toleranzdosisleistung 0,75 mrem h<sup>-1</sup> beträgt, ist die radiale Abschirmung des MERLIN ausreichend.



L i t e r a t u r

- 1) ANL-5544, Experimental Boiling Water Reactor (EBWR)  
Shield Design by M. Grotenhuis and J.W. Butler,  
Aug. 1956
- 2) ANL-5800, Reactor Physics Constants
- 3) Principles of Nuclear Reactor Engineering by S. Glasstone,  
D. van Nostrand Company Inc. 1958
- 4) Nuclear Engineering Handbook by H. Etherington, McGraw-  
Hill Book Company Inc. 1958
- 5) Reactor Shielding, Design Manual by Th. Rockwell III, D.  
van Nostrand Company Inc. 1956
- 6) Radiation Shielding by B.T. Price, C.C. Horton and K.T.  
Spinney, Pergamon Press 1957
- 7) Anhang zum Sicherheitsgutachten zum Zwecke der Erteilung  
der Baubefreiung für den Materialprüfreaktor DIDO,  
TÜV Köln e.V., Dienststelle Aachen
- 8) AEG-Sicherheitsbericht für den Forschungsreaktor MERLIN  
vom 15. 3. 1958
- 9) AEG-Sicherheitsbericht für den Forschungsreaktor MERLIN,  
2. Ausgabe vom 1. 5. 1959
- 10) Mitteilung aus dem Baustofflabor der Hochtief AG Köln  
über die Änderung der Raumgewichte von Schwerbe-  
ton infolge Austrocknung, Köln, den 20. 5. 1959